



УДК 519.688

РАСЧЕТ КОЭФФИЦИЕНТОВ ОСЛАБЛЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДА МОНТЕ-КАРЛО

CALCULATION OF NEUTRON RADIATION ATTENUATION FACTOR WITH MONTE CARLO METHOD

Васютин Никита Андреевич, студент каф. «Атомные станции и возобновляемые источники энергии», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: vasutinwasdek@mail.ru.

Климова Виктория Андреевна, старший преподаватель каф. «Информационные системы и технологии», Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Россия, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19. E-mail: v.a.klimova@mail.ru. Тел.: +7(343)375-97-37

Nikita A. Vasyutin, student, Department «Nuclear power plants and renewable energy sources», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira street, 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: vasutinwasdek@mail.ru.

Viktoriia A. Klimova, Senior lecturer, Department «Information systems and technologies», Ural Federal University named after the first President of Russia B.N.Yeltsin, 620002, Mira str., 19, Ekaterinburg, Russia. E-mail: v.a.klimova@mail.ru. Ph.: +7(343)375-97-37

Аннотация: В докладе рассматривается моделирование возможных траекторий движения нейтронов с использованием метода Монте-Карло при прохождении сквозь однородную пластину. Представлен разработанный расчетный код на языке программирования C++, с помощью которого можно определить количество поглощенных, отраженных и прошедших через пластину нейтронов. Исходные данные включают характеристики материала, толщину пластины и количество рассчитываемых траекторий. Результаты работы будут использованы для верификации данных, получаемых с помощью высокоточных расчетных кодов.

Abstract: In the report it is considered the simulation of possible neutron trajectories while passing through a homogenous plate with the help of Monte Carlo method. A developed calculated code using C++ programming language is presented. The code can be used to determine the amount of absorbed, reflected and passed through the plate neutrons. The initial data include the material characteristics, plate thickness and amount of calculated trajectories. The results of this work will be used for the verification of data received with calculation codes of high precision.

Ключевые слова: компьютерное моделирование; взаимодействие нейтронов с веществом; метод Монте-Карло; сечение поглощения; язык программирования C++; радиационно-защитные материалы.

Key words: computer simulation; neutron and material interaction; Monte Carlo method; absorption cross-section; C++ programming language; radiation protection materials.

ВВЕДЕНИЕ

Составляющими радиационной опасности на АЭС являются: мгновенное излучение при делении тяжелых ядер в реакторе, излучение и загрязнение оборудования и воздуха продуктами собственной активности теплоносителя, радиоактивные продукты коррозии и деления. Основную опасность для персонала представляют нейтронное и γ -излучение, имеющие наибольшую проникающую способность среди всех видов ионизирующих излучений [1].

При проектировании защиты от нейтронного излучения необходимо учитывать, что процесс

поглощения эффективен для тепловых, медленных и резонансных нейтронов, поэтому быстрые нейтроны предварительно должны быть замедлены. Средняя потеря энергии при упругом рассеянии максимальна на легких ядрах и минимальна на тяжелых. Вероятность потери энергии при неупругом рассеянии возрастает на тяжелых ядрах и с увеличением энергии нейтронов. Тепловые нейтроны диффундируют через защиту до тех пор, пока не будут захвачены или не выйдут за ее пределы. Поэтому важно обеспечить быстрое поглощение медленных и тепловых нейтронов выбором наиболее эффективных поглотителей. После захвата тепловых нейтронов почти всегда возникает

вторичное гамма-излучение, которое необходимо ослабить.

Таким образом, защита должна иметь в своем составе водород или другое вещество для замедления быстрых и промежуточных нейтронов при упругом рассеянии, тяжелые элементы с большой атомной массой для замедления быстрых нейтронов в процессе неупругого рассеяния и ослабления от захватного гамма-излучения, элементы с высоким эффективным сечением поглощения тепловых нейтронов [2].

С 2011 года специалистами кафедры «Атомные станции и ВИЭ» УрФУ и АО «Институт реакторных материалов» проводится комплекс работ по оптимизации состава гомогенных радиационно-защитных материалов (РЗМ) [3]. На данный момент проведены расчетно-экспериментальные исследования защитных свойств РЗМ с различными (от 20 до 90%) концентрациями наполнителей барит, свинец, вольфрам по отношению к гамма-излучению широкого диапазона энергий (от 0,4 до 3 МэВ) [4]. Наличие в исследуемых РЗМ легких и тяжелых атомов дает основание считать, что данные материалы являются перспективными для использования их в качестве защиты от нейтронного излучения [2].

В настоящее время ведутся работы по расчетному определению защитных свойств РЗМ по отношению к нейтронному излучению с использованием высокоточных расчетных кодов и обоснованию оптимального состава защитного материала [5]. В связи с этим, для верификации получаемых данных, представляет интерес их сопоставление с результатами расчетов упрощенными методами, один из которых описывается в данном докладе.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Метод Монте-Карло – это численный метод решения математических задач при помощи моделирования случайных величин. В нейтронной физике этот метод используется для моделирования взаимодействия элементарных частиц (нейтронов) с веществом [6].

Рассмотрим однородную бесконечную пластину толщиной h , на которую падает поток нейтронов с энергией E_0 . Обозначим координату по длине пластины x . Взаимодействие нейтронов с веществом пластины характеризуется сечением поглощения Σ_c и сечением рассеяния Σ_s (сумма этих сечений Σ называется полным сечением). Длина свободного пробега нейтрона λ – это случайная величина, которая может принимать любые положительные значения с плотностью вероятностей

$$p(x) = \Sigma e^{-\Sigma x}, \quad (1)$$

откуда можно получить формулу для разыгрывания λ [6]:

$$\lambda = -\frac{1}{\Sigma} \ln \gamma, \quad (2)$$

где γ – нормально распределенная случайная величина.

Случайное направление нейтрона после рассеяния определяется углом между направлением скорости нейтрона и осью Ox . При равной вероятности любого направления косинус этого угла (обозначим его μ) должен быть равномерно распределен в интервале от -1 до 1 . Таким образом, для разыгрывания μ служит формула

$$\mu = 2\gamma - 1. \quad (3)$$

ПОРЯДОК РАСЧЕТА

На рис. 1 представлена блок-схема расчета вероятности прохождения нейтроном через пластину p_p , вероятности отражения p_o и вероятности поглощения p_a . Эти вероятности рассчитываются как отношение соответствующего количества нейтронов (N_p , N_o или N_a) к общему количеству нейтронов N .

В начале расчета номер траектории j имеет значение 1. Номер столкновения k приравниваем к 0, а также задаем начальное значение координаты $x_0 = 0$ и направления $\mu_0 = 1$. Вычисляем, используя случайное число γ , длину свободного пробега λ_k и координату следующего столкновения x_{k+1} .

Далее проверяем условие прохождения сквозь пластину ($x_{k+1} > h$). Если оно выполняется, то расчет данной траектории прекращается и добавляется единица к счетчику прошедших частиц N_p (начальные значения всех счетчиков равны нулю). В противном случае проверяется условие отражения $x_{k+1} < 0$, в случае истинности которого расчет траектории заканчивается и добавляется единица к счетчику отраженных частиц N_o . Если это условие не выполнено, т. е. нейтрон испытал следующее столкновение внутри пластины, то нужно рассмотреть его поведение при столкновении. Выбирается очередное случайное значение γ и проверяется условие поглощения $\gamma > \Sigma_c/\Sigma$. Если это условие верно, то к счетчику поглощенных частиц N_a добавляется единица, а расчет траектории заканчивается. В противном случае нейтрон испытал рассеяние. Вычисляется новое направление скорости нейтрона μ_{k+1} , номер столкновения k увеличивается на 1 и весь цикл повторяется.

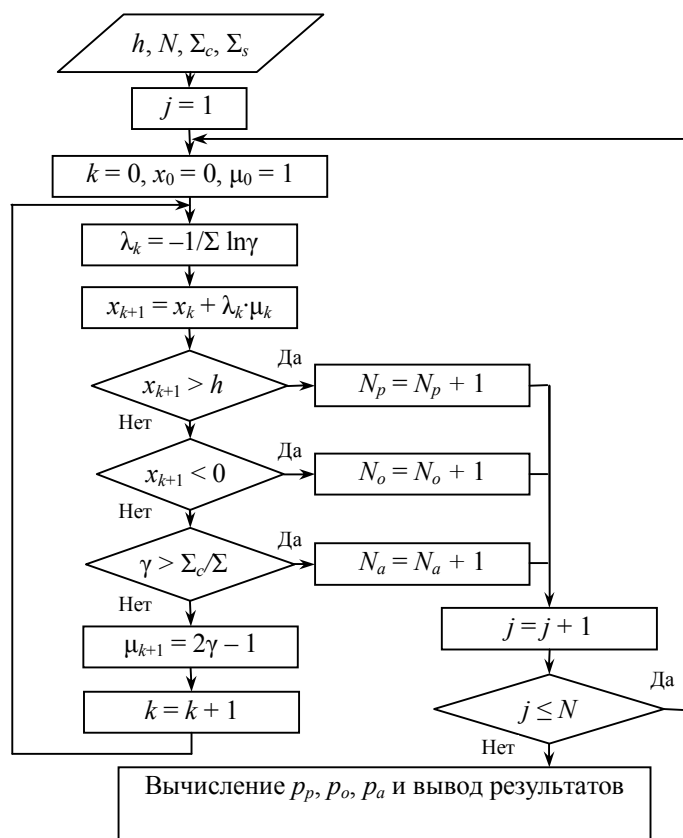


Рис. 1. Блок-схема программы для решения поставленной задачи

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММЫ

Диалоговое окно программы показано на рис. 2. Пользователь задает толщину пластины, сечение поглощения и сечение рассеяния, а также указывает расчетное число нейтронов в диапазоне от 100 до 1000.

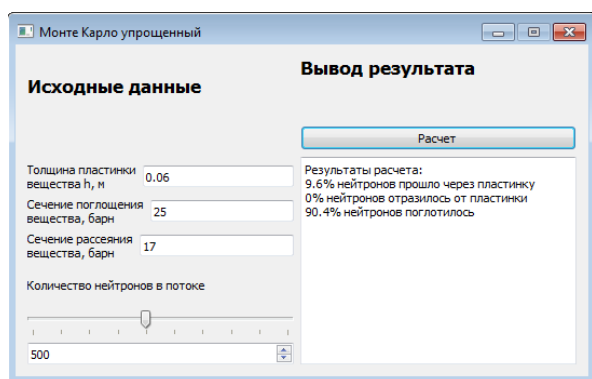


Рис. 2. Диалоговое окно программы

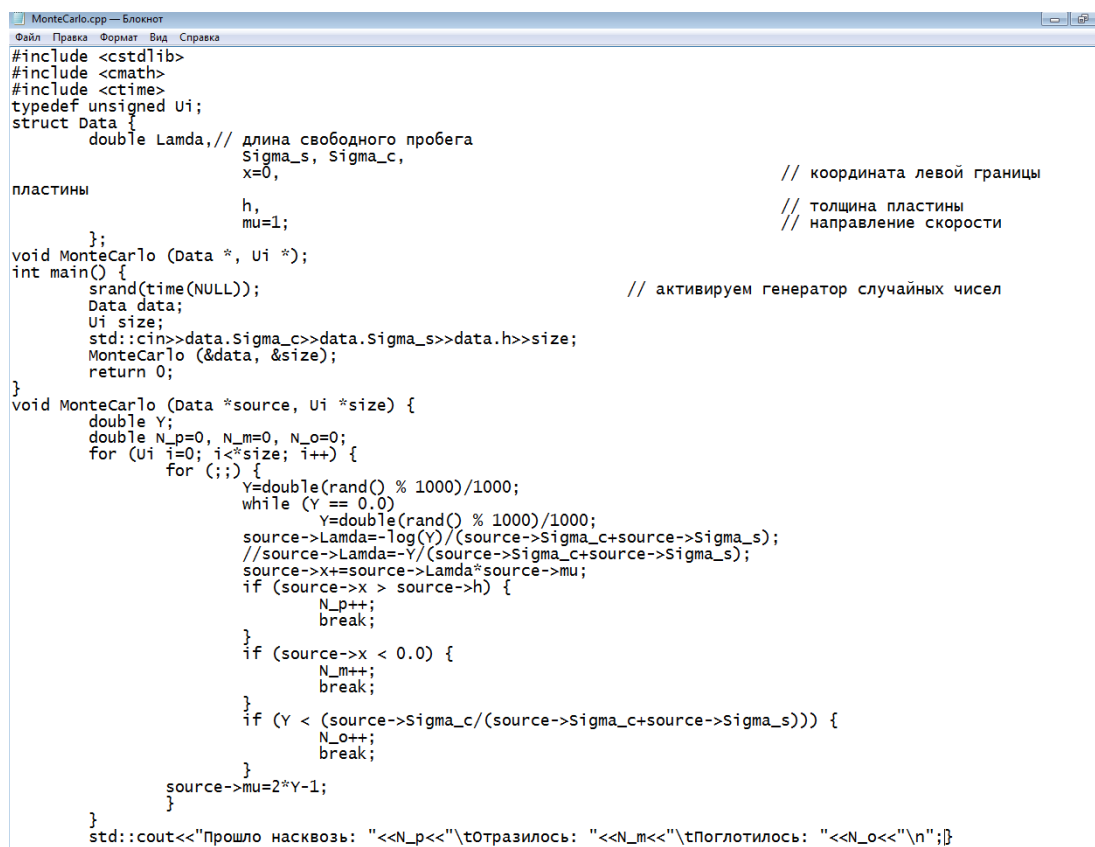
На рис. 3 показан исходный код программы на языке C++.

При задании Σ_c и Σ_s нужно помнить, что эти величины вычисляются как произведение соответствующих микросечений (справочные величины) на ядерную плотность вещества

пластины. Для гомогенной смеси различных ядер макросечение смеси определяют как сумму макросечений компонентов, а для гетерогенных материалов учитывают объемную долю, занятую данным веществом [7].

Представленная программа нуждается в доработке, так как методика расчета, на которой она основана, дает ошибку при вычислении вероятности прохождения нейтронов через пластину, когда эта вероятность мала. А такие случаи как раз возникают при расчете радиационно-защитных материалов. Поэтому при расчете нужно использовать так называемые «весы» [6].

Рассматривается не одиночный нейтрон, а пакет одинаковых нейтронов, который движется вдоль одной и той же траектории. При k -ом столкновении часть нейтронов, равная $\omega_k \cdot \Sigma_c / \Sigma$, поглощается, а часть, равная $\omega_k \cdot \Sigma_s / \Sigma$, испытывает рассеяние. Значит, величина $\omega_k \cdot \Sigma_c / \Sigma$ добавляется к счетчику поглощенных нейтронов, а рассеянная часть нейтронов продолжает двигаться дальше, до следующего столкновения. Предполагается, что все нейтроны рассеялись в одном направлении. В таком варианте траектория не заканчивается поглощением. Величина ω_k называется весом нейтрона. Начальный вес полагают равным 1.



```

MonteCarlo.cpp — Блокнот
Файл Правка Формат Вид Справка
#include <cstdlib>
#include <cmath>
#include <ctime>
typedef unsigned Ui;
struct Data {
    double Lamda, // длина свободного пробега
           Sigma_s, Sigma_c,
           x=0, // координата левой границы
           пластины
           h, // толщина пластины
           mu=1; // направление скорости
};
void MonteCarlo (Data *, Ui *);
int main() {
    srand(time(NULL)); // активируем генератор случайных чисел
    Data data;
    Ui size;
    std::cin>>data.Sigma_c>>data.Sigma_s>>data.h>>size;
    MonteCarlo (&data, &size);
    return 0;
}
void MonteCarlo (Data *source, Ui *size) {
    double Y;
    double N_p=0, N_m=0, N_o=0;
    for (Ui i=0; i<*size; i++) {
        for (;;) {
            Y=double(rand() % 1000)/1000;
            while (Y == 0.0)
                Y=double(rand() % 1000)/1000;
            source->Lamda=-log(Y)/(source->Sigma_c+source->Sigma_s);
            //source->Lamda=-Y/(source->Sigma_c+source->Sigma_s);
            source->x+=source->Lamda*source->mu;
            if (source->x > source->h) {
                N_p++;
                break;
            }
            if (source->x < 0.0) {
                N_m++;
                break;
            }
            if (Y < (source->Sigma_c/(source->Sigma_c+source->Sigma_s))) {
                N_o++;
                break;
            }
        }
        source->mu=2*Y-1;
    }
    std::cout<<"Прошло насквозь: "<<N_p<<"\tотразилось: "<<N_m<<"\tПоглотилось: "<<N_o<<"\n";
}

```

Рис. 3. Исходный код программы

Программа, полученная с использованием весов, не сложнее, чем первый вариант программы, однако дает лучшие результаты при расчете вероятности прохождения через пластину.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Ташлыков О.Л. Методы оценки и снижения дозовых нагрузок при ремонте АЭС: учеб. пособие. Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. 118 с.
2. Козлов В. Ф. Справочник по радиационной безопасности. М.: Энергоатомиздат, 1987. 192 с.
3. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Лукьяненко В.Ю., Михайлова А.Ф., Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов А.В. Оптимизация состава радиационной защиты // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика 2015. № 4. С. 36-42.
4. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Расчетно-экспериментальное исследование гомогенных защит от гамма-излучения органометаллических композиций // Ядерная и радиационная безопасность. № 3 (77). 2015. С. 17-24.
5. Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов А.В., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Лукьяненко В.Ю., Михайлова А.Ф. Исследование гомогенных защит от нейтронного излучения // Сб. тез. докл. XIV Международной конференции «Безопасность АЭС и подготовка кадров – 2013». – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ. – 2015. – С. 263-266.
6. Соболев И.М. Метод Монте-Карло. М.: Наука, 1978. 64 с.
7. Бартоломей Г.Г., Батя Г.А. и др. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. Под ред. Г.А. Батя. М.: Энергоиздат, 1982. 511 с.